

Resumen:

La producción eléctrica de origen nuclear tiene la destacada ventaja de no conllevar emisiones de gases de efecto invernadero y por lo tanto contribuye a limitar la huella antropogénica en el medio ambiente si forma parte de la producción eléctrica global. Los países en vías de desarrollo también pueden encontrar en la energía nuclear la solución tecnológica con la que potenciar su esperado crecimiento.

La generación actual de reactores nucleares está basada en una tecnología diseñada durante las primeras fases del desarrollo de la energía nuclear y todavía no ha superado alguno de sus inconvenientes tales como la gestión de los residuos radiactivos, los elevados requisitos de seguridad y sus inconvenientes financieros.

La "Generation IV International Forum" es una plataforma de investigación y desarrollo internacional con el objetivo de coordinar los esfuerzos prospectivos necesarios para desarrollar una nueva generación de reactores nucleares. Esta organización ha identificado una serie de diseños de reactores nucleares potencialmente capaces de alcanzar los más altos objetivos tecnológicos exigibles a ésta tecnología, como son una gestión avanzada de los residuos, una aumentada seguridad y fiabilidad y competitividad económica con respecto a cualquier otro medio de generación eléctrica. Entre estos diseños destacan los que son objeto de estudio en esta tesis, los reactores rápidos refrigerados por metales líquidos.

Para asesorar el cumplimiento de los diseños propuestos con estos elevados objetivos de seguridad es necesaria la aplicación de herramientas computacionales capaces de simular el comportamiento de la planta nuclear en condiciones que pueden superar los límites de seguridad establecidos y que deben considerarse desde las fases más tempranas del diseño. Estas herramientas computacionales deben tener también el suficiente grado de detalle para simular los fenómenos particulares que acontecen en los diseños propuestos y los efectos tridimensionales que pueden surgir en transitorios con componentes asimétricas.

El objetivo de este trabajo de investigación ha sido el de desarrollar, asesorar y aplicar estas herramientas y modelos computacionales para el análisis de seguridad de diseños innovadores de reactores rápidos reproductores refrigerados por sodio y plomo.

La primera parte de la tesis expone los desarrollos de los modelos termohidráulico unidimensional con respuesta neutrónica de cinética puntual del prototipo de reactor rápido avanzado refrigerado por sodio "European Sodium Fast Reactor" usando un código puntero de modelado termohidráulico como el código TRACE. Este modelo fue contrastado con sus modelos equivalentes en el marco del proyecto europeo CP-ESFR dentro del programa FP7. El modelo se aplicó para analizar la seguridad del sistema para soportar el accidente base de diseño potencialmente más dañino identificado en los estudios preliminares de seguridad del reactor, el transitorio desprotegido de pérdida de refrigerante. Un proceso análogo se aplicó para desarrollar un modelo equivalente del prototipo de reactor rápido refrigerado por plomo ALFRED en el marco del proyecto europeo CP-LEADER.

La última y más importante etapa del proceso de investigación se centró en la extensión del modelo termohidráulico unidimensional del reactor de sodio ESFR a un modelo termohidráulico tridimensional acoplado con el modelo de neutrónico espacial que sustituye a la aproximación

basada en cinética puntal anteriormente utilizado, para ello se utilizó el código de acoplamiento TRACE-PARCS.

Estos modelos acoplados realizan simulaciones con un elevado nivel de detalle al implicar cálculos multifísicos y permite la simulación de fenomenología asimétrica dadas sus capacidades tridimensionales. Esto supone un paso adelante respecto del estado de la herramientas de este tipo aplicadas a reactores avanzados y permite el análisis de transitorios no estudiados hasta el momento tales como la parada de una única bomba en el circuito primario y secundario o la extracción de barras de control situadas en posiciones periféricas.

Los últimos capítulos de esta tesis doctoral exponen los resultados del análisis de dichos transitorios demostrando la capacidad de los modelos para simularlos y la capacidad del diseño para soportarlos bajo los límites de seguridad establecidos.

El capítulo final expone las conclusiones y aportaciones científicas relevantes del trabajo de investigación desarrollado. También se indican los posibles objetivos de investigación futura a los que este trabajo puede servir como base.

Palabras-clave: Generación IV, Reactor Rápido de Sodio, ESFR, CP-ESFR, Reactor Rápido de Plomo, ALFRED, LEADER, Multi-físico, Termohidráulica, neutrónica, transitorios asimétricos, ULOF, UTOP, TRACE, PARCS